文章编号：

反应堆安全停堆温度及安全停堆状态持续时间评价

刘立欣[1] 周明慧[2]

1.2 上海核工程研究设计院股份有限公司，上海，200233

摘要：根据用户要求文件(URD)中要求：对于衰变热排出系统为安全级的反应堆，在不依靠交流电源和假设单一失效的情况下，能够在 36 小时内，将反应堆从额定功率运行水平紧急停堆并冷却到安全稳定状态（安全停堆状态），目前非能动压水堆核电厂反应堆的安全停堆状态定义为反应堆冷却剂平均温度低于 216℃。反应堆系统达到安全停堆状态后，仅依靠非能动余热排出系统（PRHR）的能力，可以维持安全停堆状态的持续时间长短，可以表征 PRHR 排热能力。本分析的目的是为了分析非能动压水堆核电厂设计基准瞬态停堆后 PRHR 的排热能力，确定其能否在 36 小时内将堆芯冷却剂平均温度降到 216℃的安全停堆温度，并评估停堆后 PRHR 的排热能力，确定其能否维持反应堆安全停堆状态至事故发生后 14 天。分析结果表明：对于非能动压水堆核电厂，丧失核电厂辅助系统交流电源反应堆停堆后，非能动安全系统能力能够满足使反应堆冷却剂平均温度在 36 小时内降到 216℃，并维持安全停堆状态至事故发生后 14 天的要求。

关键词：安全停堆温度；丧失正常给水叠加丧失交流电源事故（LONF/LOAC）；PRHR 排热能力；非能动安全系统

中图分类号：　　　文献标志码：

Evaluation of reactor safe shutdown temperature and safe shutdown state duration

LIU Lixin[1]　ZHOU Minghui[2]

1.2　Shanghai Nuclear Engineering Research & Design Institute CO., LTD. Shanghai , 200233, China

Abstract:　According to the requirements in the User Requirements Document (URD) :For reactors with a decay heat removal system of safety class, without AC power and assuming a single failure, the reactor can be brought to an emergency shutdown from the 100%FP and cooled to a safe stable state (safe shutdown state) within 36 hours. which is defined for PWR nuclear power plant as the average reactor coolant temperature below 216℃. After the reactor system reaches the safe shutdown state, the duration of the safe shutdown state can be maintained only by the capability of the passive residual heat removal system (PRHR), which can represent the heat removal capability of PRHR. The purpose of this analysis is to analyze the heat removal capacity of PRHR after the design basis transient shutdown of the passive PWR nuclear power plant, determine whether it can reduce the average core coolant temperature to the safe shutdown temperature of 216℃ within 36 hours, and evaluate the heat removal capacity of the PRHR after shutdown. To determine whether it can maintain a safe reactor shutdown until 14

days after the accident. The analysis results show that the capability of the passive safety system can meet the requirement of reducing the average temperature of the reactor coolant to 216℃ within 36 hours and maintaining the safe shutdown state until 14 days after the shutdown without the auxiliary system of the nuclear power plant.

Key words: Safe shutdown temperature; Loss of normal water supply combined with loss of AC power supply accident (LONF/LOAC); PRHR heat removal capacity; Passive safety system

0 引 言

根据用户要求文件(URD)[1]中要求：对于衰变热排出系统为安全级的反应堆，在不依靠交流电源和假设单一失效的情况下，能够在 36 小时内，将反应堆从满功率运行水平紧急停堆并冷却到安全稳定状态,国家核安全局文件“关于印发《CAP 系列核电厂安全审评原则》的通知”中规定非能动压水堆核电厂此稳定状态定义为 215.6℃[2]。反应堆系统达到安全停堆状态后，仅依靠非能动余热排出系统的能力，可以维持安全停堆状态的持续时间长短，可以表征 PRHR 排热能力。

为满足 URD 要求,需要对非 LOCA 事故进行长期分析,分析中要考虑长期过程中 PRHR 裸露后带热能力下降和 CMT 投入对事故带来的影响,并考虑 PRHR 裸露后安全壳背压和冷凝回流率对分析结果的影响，来验证非能动余热排出系统(PRHR)的长期排热能力。通过事故筛选，丧失正常给水叠加丧失交流电源（LONF/LOAC）是论证 PRHR 长期运行的最极限事件。因此，选择丧失正常给水叠加丧失交流电源事故作为 PRHR 性能分析的极限工况。

核电厂丧失全部主给水后，将由蒸汽发生器（SG）窄量程低水位信号触动反应堆停堆，随后触发汽轮机停机，引起核电厂丧失辅助系统交流（AC）电源，反应堆冷却剂泵因丧失电源而惰转,非能动余热排出热交换器(PRHR HX）投入通过自然循环对反应堆冷却剂系统（RCS）降温，并且 RCS 冷段低温度信号将触动堆芯补水箱（CMT）动作。

本分析有两个目的，一是反应堆安全停堆温度评价，验证非能动压水堆核电厂设计基准瞬态停堆后非能动余热排出系统的排热能力，确定其能否在 36 小时内将堆芯冷却剂平均温度降到 216℃的安全停堆温度，二是反应堆安全停堆状态持续时间评价，分析基准瞬态停堆后 PRHR 的排热能力能维持反应堆安全停堆状态的时间，基于运行经验，需要保证反应堆安全停堆状态至少能维持 14 天。

1 分析方法

1.1 事故工况选取

丧失热阱事故是考验 PRHR 长期运行的极限瞬态。三个丧失热阱事件是丧失正常给水（LONF），丧失正常给水叠加丧失交流电源（LONF/LOAC）和丧失交流电源（LOAC），其中，LONF/LOAC 事件是最极限的瞬态。因为丧失给水事件中，PRHR HX 在反应堆冷却剂泵停运之前一直是强迫循环，这将引起 PRHR 热移出更多。因此，此事件可由 LOAC 和 LONF/LOAC 事故（PRHR 在自然循环运行模式）所包络。对于 LOAC 事件来说，在瞬态开始时，反应堆冷却剂泵触发停运，且丧失给水，反应堆较早地由反应堆冷却剂低转速信号触发停堆。与 LONF/LOAC 事件相比，此时蒸汽发生器（SG）仍充满水装量，在达到 SG 窄量程低水位信号时,SG 能有效地移出反应堆堆芯衰变热。因此，在 LOAC 事件中，通过 SG 移出了更大部分的堆芯衰变热。综上，LONF/LOAC 是论证 PRHR 长期运行的最极限事件。因此，本分析选择丧失给水事故叠加核电厂丧失交流（AC）电源事故（LONF/LOAC 事故）来论证非能动安全系统使反应堆进入安全停堆状态的能力。

在 36 小时内将核电厂带到 216℃（420℉）

收稿日期：\；修回日期：\

作者简介：刘立欣（1987—），女，工程师，主要从事反应堆热工水力和安全分析工作，E-mail：liulixin@snerdi.com.cn

并维持至事故发生后14天的长期安全停堆状态并不是安全分析报告中的验收准则，但仍然在基本设计要求中予以考虑。在评价中只考虑安全相关设备，并采用保守的分析方法验证其满足设计准则的能力，安全分析报告中设计基准分析方法采用包络且保守的假设来证明即使在最极限的工况下核电厂也满足安全评价的验收准则。然而，本分析评价对于预期电厂响应来说仍然是保守的，采用这种保守但不包络的分析方法，以便更好地论证预期的电厂和操纵员的响应。

反应堆停堆后，非能动余热排出（PRHR）热交换器可用于移出堆芯衰变热。事故发生后数小时内由于PRHR的排热,安全壳内置换料水箱（IRWST）内水将达到饱和。IRWST水沸腾产生的蒸汽将导致安全壳压力和温度升高。安全壳高-2压力信号触发后，非能动安全壳冷却系统（PCS）阀门将会打开，重力驱动的过冷水将会从非能动安全壳冷却水箱（PCCWST）流到安全壳钢壳外表面，通过蒸发换热带走安全壳内热量，从而缓解事故。非能动堆芯冷却系统（PXS)冷凝水返回槽会收集安全壳钢壳内表面冷凝水，将大部分冷凝水返回至IRWST，确保PRHR长时间淹没，提高向IRWST的排热量。

1.2 分析程序介绍

本分析采用热工水力分析程序和安全壳分析程序进行分析计算。热工水力分析程序最多可模拟四环路反应堆冷却剂系统（RCS)，包括：反应堆压力容器、热段和冷段、蒸汽发生器（管侧和壳侧）和稳压器等。该程序还可模拟稳压器电加热器、喷淋和安全阀；还包括点中子动力学模型，可模拟慢化剂、燃料、硼、燃料棒的反应性效应。蒸汽发生器二次侧在热瞬态分析中采用均匀的饱和流体混合物模型，另有水位关系式用于指示和控制。汽机、冷凝器和给水加热器没有模拟，而采用蒸汽需求以及给水流量和焓来替代。保护和安全监测系统可模拟包括由高中子通量、超温ΔT、稳压器高压和低压、反应堆冷却剂系统低流量、稳压器高水位等信号触发的反应堆停堆；它还可模拟控制系统，主要包括控制棒控制、主蒸汽旁排、主给水控制、稳压器压力和水位控制；它还可模拟非能动堆芯冷却系统（包括安注箱)。该程序还可基于堆芯限制线进行瞬态事故下的堆芯DNBR计算分析。

该程序可用于非LOCA事故的分析,包括反应堆冷却剂系统过度冷却、丧失二次侧热阱、丧失反应堆冷却剂强迫流动、反应性引入以及RCS降压事故等。

安全壳分析程序可用于模拟多相流动。该程序以积分形式求解多组分流动的质量、能量和动量守恒方程。动量守恒方程对于流场的每一相（液 滴，液相区，大气区）是分别列出的，在动量守恒方程中包括了如下项：储量、对流、表面张力、体积力、边界源项、两相交界面源项以及设备源项。

对于安全壳壁面区域，安全壳分析程序采用湍流自然对流传热，其关系式为：

$$h_{free} = 0.13\frac{k}{L}\left(Gr_L\,Pr\right)^{1/3} = 0.13\frac{k}{\left(\gamma^2/g\right)^{1/3}}\left[\frac{\Delta\rho}{\rho}\right]^{1/3} Pr^{1/3}$$

采用湍流自然对流传质，其关系式为：

$$G = k_g M_{stm}\left(p_{stm,srf} - p_{stm,bulk}\right)$$

采用壁面液膜导热换热，其关系式为：

$$Nu = 0.822\,Re^{-0.22} \qquad \text{层流液膜}$$

$$Nu = 0.0038\,Re^{0.40}\,Pr^{0.65} \qquad \text{湍流液膜}$$

分析中用到的安全壳背压和冷凝回流率为热工水力分析程序和安全壳分析程序迭代得到，以确保其保守性。

2 安全壳响应分析

2.1 假设和初始条件

根据核电厂非能动冷却系统设计，72小时内非能动安全壳冷却水箱（PCCWST）可为非能动安全壳冷却系统（PCS）系统提供冷却水，72小时后操纵员可运用多种水源和途径为PCCWST补水，为安全壳提供长期冷却。这些水源和途径包括：

(1) 利用PCS再循环泵（若可用），由PCCAWST向安全壳提供额外4天的冷却。

(2) 利用移动式柴油机应急补水泵（若PCS再循环泵不可用)，通过设置在厂区的安全C级的法兰接口，由PCCAWST、厂内其他可利用水源包括凝结水箱(CST)、消防水箱、除盐水箱

(DWST)、常规岛造水车间水箱、水厂等向安全壳提供冷却水。若上述厂内水源排空或不可用后，操作人员使用外部水源（如消防水车）向安全壳提供长期冷却水。

除此之外，还采取了以下假设和初始条件，如表 1 所示。

1） 钢安全壳壁面传热传质关系式因子取为 1.0；

2） IRWST 水装量设置为额定水容积；

3） 增加热阱表面积会降低返回 IRWST 冷凝水量，对冷凝回流率分析是保守的，金属热阱体积增加 10%，混凝土热阱体积保持不变；

4） Uchida 换热关系式保守偏低模拟壳内热阱冷凝效率，Uchida 换热关系式为：

$$H_{Uch} = 79.33\left(\frac{\rho_{vs}}{\rho_{vg}}\right)^{0.8}$$

其中， ρ_{vs} 为蒸汽密度，

ρ_{vg} 为不可凝气体密度；

5） 钢壳内壁面冷凝水损失率为壁面冷凝水损失量（不能返回至 IRWST）与总冷凝水量之比；

6）不模拟液膜的瞬态发展过程，在 PCS 启动后 400s 内不考虑液膜的传热作用，该延迟时间是基于全尺寸的水分配试验及液膜流量的比例推算得到；

7） PCS 冷却水流量取为额定流量，并进行蒸发限制流量迭代计算安全壳响应，以减小液膜显热吸热。72 小时以后的 PCS 流量均采用 72 小时的 PCS 流量。

表 1 主要初始条件

Table 1 Main Initial Condition of Accident

参数	工况
PCS-流量	额定流量 蒸发限制迭代
-水温	29.44℃
-初始温度	29.44℃
安全壳-初始压力	0.101MPa
-初始空气热阱温度	29.44℃
-初始湿度	0.2
环境温度	26.67℃

2.2 分析结果

图 1 和图 2 给出了安全壳分析程序和热工水力系统分析程序的安全壳压力和冷凝回流率的对比，随着 PRHR 传热加热 IRWST 水体，水温不断升高，此时以显热为主，蒸发量较小，安全壳压力略有升高。待水温升高达到饱和状态，蒸发量显著增加，安全壳压力迅速提高，达到其高-2 压力整定值后触发 PCS 投入，延迟 400 秒后建立稳定液膜，之后通过液膜蒸发排热。通过热工水力系统程序与安全壳分析程序的几轮迭代，热工水力系统程序采用的安全壳压力和冷凝回流率可以包络安全壳分析程序的结果，对事故分析来说是保守的。

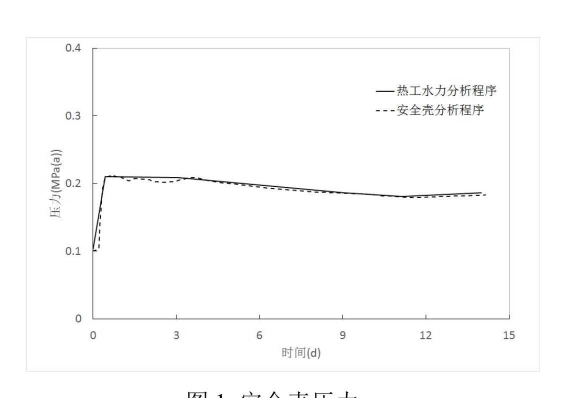


图 1 安全壳压力

Fig.1 Containment Pressure

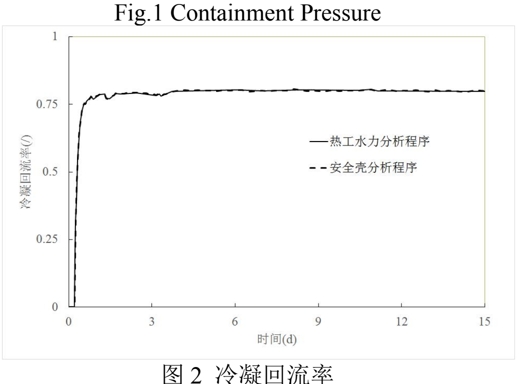


图 2 冷凝回流率

Fig.2 Condensation Backflow

3 反应堆停堆安全评价

3.1 假设和初始条件

反应堆安全停堆温度评价和反应堆安全停堆状态持续时间评价采用以下假设：

(1) 初始反应堆功率水平为 100%的名义值；

(2) 初始反应堆冷却剂平均温度考虑名义值加上不确定性；

(3) 初始稳压器压力考虑名义值减去不确定性，这将降低通过稳压器安全阀释放 RCS 的热量；

(4) 单台蒸汽发生器初始水装量对应 SG 最高水位的值；

(5) PRHR 和 CMT 采用名义专设安全设施容量；

(6) 堆芯衰变热模型采用最佳估算衰变热基础上考虑 10%的不确定性。

3.2 分析结果

假设 10 秒丧失正常给水，丧失正常给水导致 SG 水位下降，78.4 秒达到 SG 窄量程低水位停堆整定值，延迟 2 秒控制棒开始插入堆芯(如图 3 所示)，随后触发汽轮机停机，同时核电厂丧失辅助系统交流（AC）电源，反应堆冷却剂泵因丧失电源而惰转，RCS 流量下降，稳压器压力、稳压器水装量及 RCS 平均温度上升。86.5 秒达到 SG 安全阀开启压力阀门开启。146.7 秒由 SG 宽量程低水位整定值信号触发 PRHR 投入，稳压器压力、稳压器水装量及 RCS 平均温度开始下降。2816.5 秒达到冷段低温“S”信号，延迟 7 秒隔离主蒸汽管线，延迟 12 秒触发 CMT 投入，CMT 的投入使得 RCS 温度快速下降，稳压器压力和稳压器水装量也同步下降。但是 RCS 温度下降导致 PRHR 带热能力减弱，RCS 温度、稳压器压力和稳压器水装量又出现上升。约 35000.0 秒 PRHR 排热与堆芯衰变热达到平衡。约 26.25 小时 RCS 平均温度降到 216℃，并可维持至事故发生后 14 天，事件序列详见表 2。

表 2　反应堆安全温度评评价及停堆状态持续时间序列
Table 2 Sequence of reactor safe shutdown temperature and safe shutdown state duration evaluation

事　　件	时间(s)
瞬态开始，丧失给水	10.0
达到 SG 窄量程低水位停堆整定值	78.4
丧失厂外电，RCP 开始惰转	80.4
蒸汽发生器宽量程低水位启动 PRHR 触发	146.7
达到冷段低温“S”信号触管线隔离	2816.5
RCS 平均温度达到 216℃（与 PRHR 相连的环路）	94500(~26.25 小时)
PRHR 裸露时间	211028.0

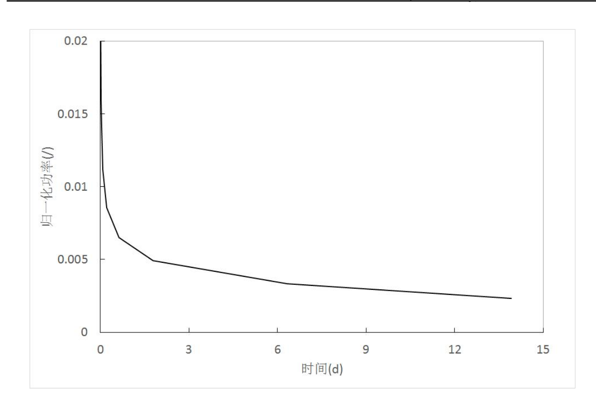


图 3 反应堆功率
Fig. 3 SG Water Volume

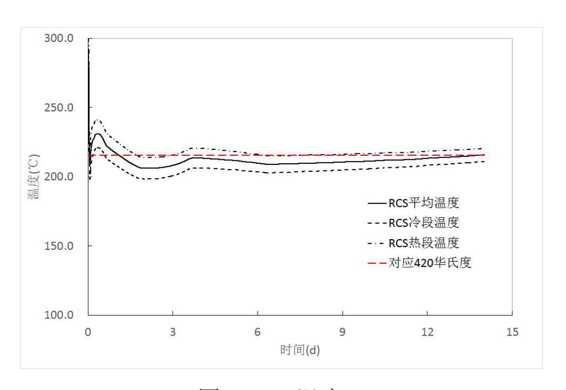


图 4 RCS 温度
Fig. 4 RCS Temperatrue

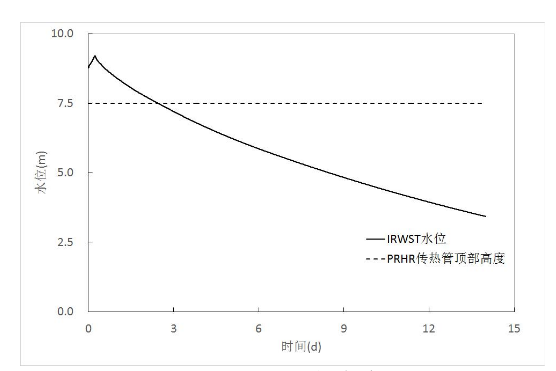


图 5 IRWST 水位高度
Fig. 5 IRWST Water Level

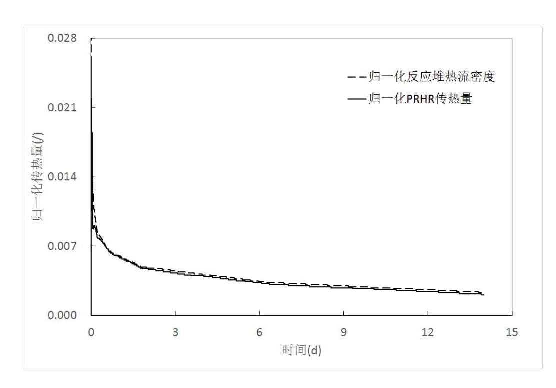


图 6 PRHR 带热量
Fig.6 PRHR Heat Remove

4 结 论

（1）本分析通过热工水力分析程序与安全壳分析程序的迭代，得到一组保守的、可用于反应堆安全停堆评价和安全停堆状态持续时间评价的安全壳压力和冷凝回流率。其中，安全壳最高压力为 0.2MPa(a)，最低压力为 0.1MPa(a)；冷凝回流率最高为 0.8。

（2）本分析采用热工水力分析程序对反应堆停堆温度和安全停堆状态持续时间进行了评价，验证了丧失正常给水并丧失交流电源反应堆停堆后,非能动安全系统能够在 36 小时内将反应堆冷却剂平均温度降到 216℃的安全停堆温度，并维持安全停堆状态至事故发生后 14 天，满足 URD 用户文件要求。

（3）本分析在考虑了长期过程中 PRHR 裸露后带热能力下降、CMT 投入以及 PRHR 裸露后安全壳背压和冷凝回流率对分析结果的影响，进一步对 PRHR 长期排热能力进行了验证。

（4）增强核动力厂应对比设计基准事故更严重的或更长期的事故的承受能力，从而避免不可接受的后果，以进一步改进核动力厂的安全性。

参考文献

[1] Utility Requirenments Document, Volume III ALWR Passsive Plant Chanpter 5 Engineered Safety Sysytems, 1995.
[2] 国家核安全局文件. 关于印发《CAP 系列核电厂安全审评原则》的通知. 国核安发[2023]46 号，2023.3.14.
[2] 严春等. 二次侧非能动余热排出系统瞬态分析.核动力工程, .2010,31(04) 25-30.
[3] 李文凯等. CAP1400 非能动余热排出系统自然循环试验风险分析与应对措施. 核动力工程, 2021,42(01): P167-P171.
[4]] 马柏松，AP1000 冷凝水回流相关设计优化简介，核动力工程，2020,41(05):P79~P83.
[5] MARSH L. Evaluation of Steam Generator Tube Rupture Events: NUREG-0651[R]. USA: NRC, 1980.
[6] 程诚等. 非能动安全壳冷却系统瞬态特性试验研究. 核动力工程，2017,38(01):P6~P9.